

VŠB – Technická univerzita Ostrava

Fakulta strojní

Katedra energetiky

Parní generátor vodorovný VVER 640

Horizontal steam generators VVER 640

Student :

Kamil Teuer

Vedoucí bakalářské práce :

prof. Ing. Pavel Kolat, DrSc.

Ostrava 2010

Zadání bakalářské práce

Student: **Kamil Teuer**
Studijní program: B2341 Strojírenství
Studijní obor: 3907R004 Provoz a řízení v energetice
Téma: **Parní generátor vodorovný VVER 640**
Horizontal Steam Generators VVER 640

Zásady pro vypracování:

Na základě rešerše literatury popište koncepci vodorovných parních generátorů pro VVER 640, u jaderných elektráren III+ generace.

Proveďte zjednodušený tepelný výpočet pro čtyřsmýčkové uspořádání primárního okruhu.

Tepelný výkon jaderné elektrárny 1800 MWt

Tlak syté páry 7,05 MPa

Teplota chladiva v I. okruhu 298,5/330,7 °C

Tlak v I. okruhu 15,7 MPa

Seznam doporučené odborné literatury:

[1] RÉDR, M., PŘÍHODA, M. *Základy tepelné techniky*. Praha, SNTL, 1991

ISBN 80-03-00366-0

[2] SADIK KAKAC. *Boilers, evaporators, condensers*. John Wiley. USA. New York 1991

CIP 90-22486 v knihovně VŠB.

[3] HEJZLAR, R. *Stroje a zařízení jaderných elektráren*, Díl. 1, 2. Vydavatelství ČVUT v Praze. 2005.


ISBN 80-01-03190-X.

Formální náležitosti a rozsah bakalářské práce stanoví pokyny pro vypracování zveřejněné na webových stránkách fakulty.

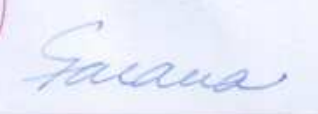
Vedoucí bakalářské práce: **prof. Ing. Pavel Kolat, DrSc.**

Datum zadání: 18.12.2009

Datum odevzdání: 21.05.2010


prof. Ing. Pavel Kolat, DrSc.
vedoucí katedry




prof. Ing. Radim Farana, CSc.
děkan fakulty

Místopřísežné prohlášení studenta

Prohlašuji, že jsem celou bakalářskou práci včetně příloh vypracoval samostatně pod vedením vedoucího bakalářské práce a uvedl jsem všechny použité podklady a literaturu.

V Ostravě21/5/2010.....

..........

(podpis studenta)

Prohlašuji, že

- jsem byl seznámen s tím, že na moji bakalářskou práci se plně vztahuje zákon č. 121/2000 Sb., autorský zákon, zejména § 35 – užití díla v rámci občanských a náboženských obřadů, v rámci školních představení a užití díla školního a § 60 – školní dílo.
- beru na vědomí, že Vysoká škola báňská – Technická univerzita Ostrava (dále jen „VŠB-TUO“) má právo nevýdělečně ke své vnitřní potřebě bakalářskou práci užít (§ 35 odst. 3).
- souhlasím s tím, že bakalářská práce bude v elektronické podobě uložena v Ústřední knihovně VŠB-TUO k nahlédnutí a jeden výtisk bude uložen u vedoucího bakalářské práce. Souhlasím s tím, že údaje o kvalifikační práci budou zveřejněny v informačním systému VŠB-TUO.
- bylo sjednáno, že s VŠB-TUO, v případě zájmu z její strany, uzavřu licenční smlouvu s oprávněním užití díla v rozsahu § 12 odst. 4 autorského zákona.
- bylo sjednáno, že užít své dílo – bakalářskou práci nebo poskytnout licenci k jejímu využití mohu jen se souhlasem VŠB-TUO, která je oprávněna v takovém případě ode mne požádat přiměřený příspěvek na úhradu nákladů, které byly VŠB-TUO na vytvoření díla vynaloženy (až do jejich skutečné výše).
- beru na vědomí, že odevzdáním své práce souhlasím se zveřejněním své práce podle zákona č. 111/1998 Sb., o vysokých školách a o změně a doplnění dalších zákonů (zákon o vysokých školách), ve znění pozdějších předpisů, bez ohledu na výsledek její obhajoby.

V Ostravě :.....21/5/2010.....

.....
.....
podpis

Jméno a příjmení autora práce: Kamil Teuer

Adresa trvalého pobytu autora práce: Na Lánech 44, Bolatice, 747 23

ANOTACE BAKALÁŘSKÉ PRÁCE

TEUER, K.: *Parní generátor vodorovný VVER 640 : bakalářská práce*. Ostrava : VŠB – Technická univerzita Ostrava, Fakulta strojní, Katedra energetiky, 2010, 55 s. Vedoucí práce: prof. Ing. Pavel Kolat, DrSc.

Bakalářská práce se zabývá koncepcí vodorovného parního generátoru pro jadernou elektrárnu VVER 640. Úvodní část je zaměřena na problematiku celosvětového zvyšování spotřeby elektrické energie a na výhody použití jaderné energie. Po vylíčení historie jaderné energetiky od prvních pokusů rozbití atomu je popsán primární okruh jaderné elektrárny a aktuální stav elektráren ve světě i u nás. Bakalářská práce se zabývá podrobnějším rozбором doposud nejvyspělejších generací jaderných elektráren a popisem parního generátoru. Závěrem práce je tepelný výpočet parního generátoru ve čtyřsmyčkovém uspořádání na základě zadaných energetických parametrů.

Klíčová slova: parní generátor = tepelný výměník, generace, jaderná elektrárna, tlakovodní reaktor, bezpečnost

ANNOTATION OF BACHELOR THESIS

TEUER, K.: *Horizontal steam generator VVER 640: bachelor thesis*. Ostrava: VŠB – Technical University of Ostrava, Faculty of Mechanical Engineering, Department of Power Engineering, 2010, 55 p. Thesis head: prof. Ing. Pavel Kolat, DrSc.

The bachelor thesis deals with the concept of horizontal steam generator for nuclear power plant VVER 640. The introductory part is focused to the global energy consumption increase and the benefits of using nuclear energy. In the next part of the thesis is described the history of nuclear energy, since the first attempt to breaking the atom to the description of the primary circuit of nuclear power plants and the current state in the world and in our country. The bachelor thesis also deals with the more detailed analysis of the most advanced generation of nuclear power plants and with description of the steam generator. In the conclusion of the thesis, there is a calculation of heat power from the four circumvolution steam generator based on given energy parameters.

Keywords: steam generator = heat exchanger, generation, nuclear power plant, pressurized water reactor, safety

Seznam použitých značek a symbolů	8
1 Úvod	10
2 Historie jaderné energetiky.....	11
2.1 Začátky během války	11
2.2 Rozvoj jaderné energetiky.....	11
2.3 Následky havárií.....	12
3 Rozdělení generací	13
4 Primární okruh jaderné elektrárny	15
5 Současnost jaderných elektráren	18
5.1 Aktuálně ve světě	18
5.2 Stav v České Republice.....	19
5.3 Budoucí generace	20
6 III+ Generace jaderných elektráren	21
6.1 Historie	21
6.2 Princip	22
6.3 Bezpečnost	22
6.4 Tlakovodní reaktory	22
6.4.1 Rozdělení	22
6.4.2 Blok VVER 640.....	24
6.4.3 Evropský tlakovodní reaktor EPR III+	25
6.4.4 Americký tlakovodní reaktor AP-600 III+, 1000 III+	26
7 IV. Generace jaderných elektráren	28
7.1 Historie projektu GIF	28
7.2 Požadavky na jaderné elektrárny IV. generace	28
7.3 Výběr možných reaktorových systémů	31
8 Popis parního generátoru	33
9 Tepelný výpočet parního generátoru	35
9.1 Počet trubek a celková průtočná plocha primárního média	36
9.2 Součinitel přestupu tepla mezi vnitřní stěnou trubky a primárním médiem	38
9.3 Součinitel přestupu tepla mezi vnější stěnou trubky a sekundárním médiem	40
9.4 Střední logaritmická teplota	40
9.5 Součinitel prostupu tepla.....	41
9.6 Velikost teplosměnné plochy a střední délky trubky	44

9.7	Tepelný a parní výkon parního generátoru	44
10	Závěr a shrnutí dosažených výsledků	46
11	Seznam použité literatury	47
12	Seznam příloh	49

Seznam použitých značek a symbolů

A	[1]	Výpočtová konstanta
G	$[\text{kg} \cdot \text{s}^{-1}]$	Parní výkon
L_{tr}	[m]	Délka střední trubky
L_{trC}	[m]	Celková délka trubek
$Nu_{\text{I,St}}$	[1]	Nusseltovo kritérium I. média při střední teplotě
$Pr_{\text{I,St}}$	[1]	Prandlovo kritérium při střední teplotě I. média
$Pr_{\text{tr,St}}$	[1]	Prandlovo kritérium při střední teplotě stěny trubky
Q_{PG}	[kW]	Tepelný výkon parního generátoru
$Q_{\text{PG,sk}}$	[kW]	Celkový tepelný odpor
$Re_{\text{I,St}}$	[1]	Reynoldovo číslo I. média při střední teplotě
S	$[\text{m}^2]$	Teplosměnná plocha
$S_{\text{I,C}}$	$[\text{m}^2]$	Celková průtočná plocha I. média
$S_{\text{I,C(t)}}$	$[\text{m}^2]$	Celková průtočná plocha I. média (teoretická)
S_{tr}	$[\text{m}^2]$	Průtočná plocha jedné teplosměnné trubky
d_1	[mm]	Vnitřní průměr teplosměnné trubky
d_2	[mm]	Vnější průměr teplosměnné trubky
i'	$[\text{kJ} \cdot \text{kg}^{-1}]$	Entalpie syté vody
i''	$[\text{kJ} \cdot \text{kg}^{-1}]$	Entalpie syté páry
$i_{\text{I,1}}$	$[\text{kJ} \cdot \text{kg}^{-1}]$	Entalpie I. média na vstupu
$i_{\text{I,2}}$	$[\text{kJ} \cdot \text{kg}^{-1}]$	Entalpie I. média na výstupu
i_{NV}	$[\text{kJ} \cdot \text{kg}^{-1}]$	Entalpie napájecí vody při teplotě $t = 220^\circ\text{C}$
l_v	$[\text{kJ} \cdot \text{kg}^{-1}]$	Výparné teplo vody
m_{I}	$[\text{kg} \cdot \text{s}^{-1}]$	Průtok I. média
n_{tr}	[1]	Celkový počet trubek
$n_{\text{tr(t)}}$	[1]	Celkový počet trubek (teoretický)
p_{I}	[MPa]	Tlak v I. okruhu
p_{II}	[MPa]	Tlak syté páry
q_{ISt}	$[\text{W} \cdot \text{m}^{-1}]$	Střední tepelný tok stěnou trubky (na metr)
q_{St}	$[\text{W} \cdot \text{m}^{-2}]$	Střední tepelný tok stěnou trubky
$q_{\text{St(t)}}$	$[\text{W} \cdot \text{m}^{-2}]$	Střední tepelný tok stěnou trubky (teoretický)
$t_{\text{I,1}}$	$^\circ\text{C}$	Teplota I. média na vstupu
$t_{\text{I,2}}$	$^\circ\text{C}$	Teplota I. média na výstupu
$t_{\text{I,St}}$	$^\circ\text{C}$	Střední teplota I. média

t_{II}	[°C]	Teplota syté páry
t_{NV}	[°C]	Teplota napájecí vody
t_{trI}	[°C]	Povrchová teplota stěny trubky na straně I. média
t_{trII}	[°C]	Povrchová teplota stěny trubky na straně II. média
t_{trSt}	[°C]	Střední teplota stěny trubky
$t_{tr,St(t)}$	[°C]	Střední teplota stěny trubky (teoretická)
$v_{I,St}$	[m ³ ·kg ⁻¹]	Měrný objem I. média při střední teplotě
w_I	[m·s ⁻¹]	Střední rychlost proudění I. média
$w_{I,(t)}$	[m·s ⁻¹]	Střední rychlost proudění I. média (teoretická)
$\Delta Q_{PG,rel}$	[%]	Odklon skutečného tepelného výkonu parního generátoru od zadaného
Δq_{rel}	[%]	Relativní chyba volené hodnoty středního tepelného toku
Δt_1	[°C]	Teplotní rozdíl mezi vstupujícím I. médiem a II. médiem
Δt_2	[°C]	Teplotní rozdíl mezi vystupujícím I. médiem a II. médiem
Δt_{ln}	[°C]	Střední logaritmický teplotní spád
Δt_{trRel}	[%]	Relativní chyba volené hodnoty střední teploty stěny trubky
α_I	[W·m ⁻² ·K ⁻¹]	Součinitel přestupu tepla na straně I. média
α_{II}	[W·m ⁻² ·K ⁻¹]	Součinitel přestupu tepla na straně II. média
$\eta_{I,St}$	[kg·m ⁻¹ ·s ⁻¹]	Dynamická viskozita I. média při střední teplotě
η_{PG}	[%]	Účinnost parního generátoru
$\lambda_{I,St}$	[W·m ⁻¹ ·K ⁻¹]	Součinitel tepelné vodivosti I. média při střední teplotě
λ_{tr}	[W·m ⁻¹ ·K ⁻¹]	Součinitel tepelné vodivosti teplosměnné trubky
$\rho_{I,St}$	[kg·m ⁻³]	Hustota I. média při střední teplotě
$\nu_{I,St}$	[m ² ·s ⁻¹]	Kinematická viskozita I. média při střední teplotě

1 Úvod

Během příštích 25 let se zdvojnásobí globální potřeba zdrojů elektřiny podle Světové rady pro energii WEC (World Energy Council) a emise CO_2 stoupnou až o 100%. Ačkoliv je nezbytné se usilovně snažit o zvýšení účinnosti výroby energie, dosažení pokroku v jejich úsporách a rozvoji obnovitelných zdrojů, není jisté, zda toto úsilí zredukuje budoucí dlouhodobou poptávku energie v průmyslovém měřítku.

Možnost států, které chtějí být na surovinách ze zahraničí nezávislé a nejsou schopny pokrýt svou spotřebu alternativními zdroji, mohou v současnosti k výrobě elektřiny využívat pouze uran a uhlí. Při zvážení obrovského množství CO_2 do ovzduší vypuštěné elektrárnami na fosilní paliva, je jaderná energetika nejohleduplnější zdroj energie v současnosti.

Za posledních 20 let je celkový objem emisí oxidu uhličitého, ušetřený jadernou energetikou kolem 9 % celkového množství všech plynů emitovaných pro účely výroby energie obsahující uhlík. Při omezení jen na produkci elektřiny je toto číslo 28 %. Z globálního pohledu se neustále diskutuje o snižování emisí. S ohledem na přírodní zdroje pro výrobu energie za použití jaderných procesů jsou poměrně velké. Pokud bude možnost využít jadernou fúzi a uzavřený palivový cyklus, mohly by se stát prakticky neomezenými zdroji energie.

V mnoha zemích se objevují námitky proti jaderné energii vzhledem k její spojitosti s jadernými zbraněmi a obavám o bezpečnost jaderných reaktorů. Tyto aspekty se berou v úvahu a navíc existuje problém dlouhodobého ukládání radioaktivních odpadů. Avšak na problém se musí nahlížet objektivně a ze správné perspektivy. Všechny zdroje energie v sobě nesou jistá rizika, ať už se jedná o dobývání, přepravu paliv nebo formu škodlivých emisí. I když se oponenti jaderné energetiky budou snažit navrhnout realizovatelné a bezpečnější zdroje energie, které uspokojí budoucí poptávku, jaderná energie zvítězí, až její příznivci prokážou, že její přednosti vítězí nad negativy. Podpora programů úspor energií a životaschopné alternativní energetické zdroje ze strany vlád všech zemí a nátlak na ně, bude společným cílem obou stran.

2 Historie jaderné energetiky

2.1 Začátky během války

Poprvé se řetězovou reakci podařilo vyvolat v Chicagu roku 1942 a to týmu vědců vedených italským profesorem Enricem Fermim. Tato práce vedla později k vývoji atomové bomby v projektu Manhattan. Co se tehdy vědcům povedlo, se obvykle označuje jako „rozbití atomu“. Vědci našli způsob rozbití atomového jádra složeného z protonů a neutronů. Tímto procesem dochází ke ztrátě určitého množství hmoty a současně k uvolnění obrovského množství energie.

O zásadní vývoj jaderné energetiky se zasloužil především vojenský výzkum v průběhu druhé světové války a masivní zbrojení za doby studené války. Roku 1943 se u města Albuquerque začali shromažďovat vojáci a nejlepší vědci Spojených států Amerických i Evropy, kteří utekli před Hitlerem. Tam za nejprísnějšího utajení vyvíjeli atomovou bombu a s její pomocí chtěli předčasně ukončit světové války. Po zkoušce 16. července 1945, shodili Američané první atomovou bombu na město Hirošima, ležící na západě největšího japonského ostrova Honšú, dne 6. srpna 1945.

Sovětský svaz měl také svůj program na výzkum atomové zbraně, ale oproti Americe značně zaostával. Nebyt špiónů v tajných laboratořích v USA a příznivců tehdejšího sovětského svazu v Los Alamos, nedohnali by v průběhu války Ameriku při nejdůležitějším výzkumu doby.

2.2 Rozvoj jaderné energetiky

Po skončení válek se vývoj atomových reaktorů vydal svou vlastní cestou a netýkal se jen výroby elektřiny, ale i pohonu lodí, letadel, ponorek a dokonce se uvažovalo i o pohonu kosmických lodí, od kterého se nakonec pro jeho extrémní složitost upustilo. Nicméně v roce 1954 byla sestrojena první americká ponorka Nautilus, přičemž právě Rusko nyní vlastní největší podmořské loďstvo s jaderným pohonem na světě.

Důležitým článkem ve vývoji jaderných reaktorů se stala možnost přeměny uranu na plutonium. Díky svému krátkému poločasu rozpadu se plutonium v přírodě skoro nevyskytuje, přičemž je nejefektivnější náplní pro atomové bomby. Proto ho USA i Sovětský svaz během války vyrobily obrovské množství. V dnešní době se pro něj hledá mírové uplatnění.

První využití jaderné energie pro výrobu elektrické energie se experimentálně uskutečnilo 20. prosince 1951 v Národní reaktorové laboratoři ARCO (USA – stát Idaho).

První pokusná jaderná elektrárna byla spuštěna 25. června 1954 v Obnisku jihozápadně od Moskvy.

Rozvoj jaderné energie začal bezesporu 8. prosince 1953 konferencí, výstavou a slavným projevem tehdejšího amerického prezidenta Dwight D. Eisenhowera „Atomy pro mír“ v Ženevě, ve kterém navrhoval vznik Mezinárodní agentury pro atomovou energii MAAE (založena 29. července 1957). Zde také především jaderné velmoci informovaly světovou veřejnost o prvních dodávkách elektřiny z jaderných elektráren do veřejné sítě, budoucích výhledech staveb a spouštění dalších jaderných elektráren.

O výstavbě první „komerční“ jaderné elektrárny Shippingport ve státě Pennsylvania bylo rozhodnuto krátce po konferenci. Firma Westinghouse dostala přednost jako dodavatel reaktoru, jež čerpala zkušenosti svých inženýrů a vědců, kteří je nasbírali v tehdejších vojenských projektech. Avšak MAAE označuje jako první skutečně komerční jednotku až elektrárnu Dresden-1 s výkonem 207 MWe spuštěnou v roce 1960. Do provozu v bývalém Československu byla uvedena jaderná elektrárna A-1, typu KS-150 s výkonem 150 MWe, dne 25. prosince 1972 v Jaslovských Bohunicích u Trnavy.

2.3 Následky havárií

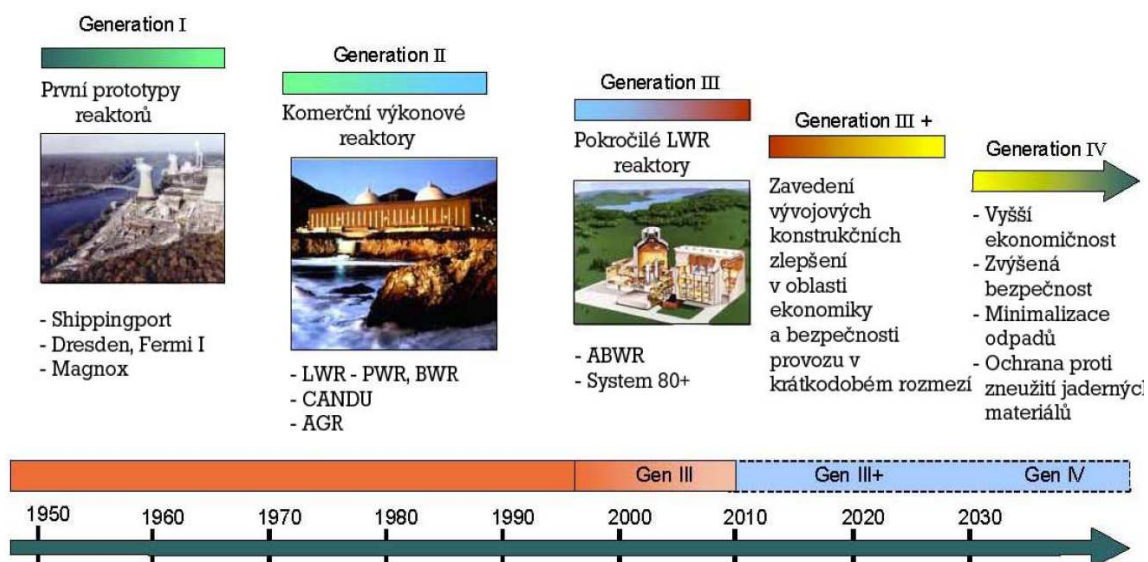
První narušení příznivého obrazu jaderné energetiky se datuje 28. března 1979. Došlo k havárii druhého bloku elektrárny Three Mile Island blízko amerického města Harrisburg ve státě Pennsylvania, kdy se částečně roztavil druhý jaderný reaktor elektrárny. Byla zamořena její provozní budova a došlo k rozsáhlému úniku radioaktivity do životního prostředí. I když byl únik radiace velmi malý a škody na životním prostředí oproti pozdější havárii v Černobylu zanedbatelné, tehdejší energetika utrpěla značné škody na své pověsti, důvěry občanů i politiků už tehdy.

Avšak nejtragičtějším dnem a katastrofu pro jadernou energetiku se bezpochyby stalo datum 26. dubna 1986, kdy došlo k výbuchu čtvrtého reaktoru černobylské elektrárny (známé jako Černobyl-4), jihovýchodně nedaleko od města Pripjat', který odtrhl víko reaktoru, vyústil v požár, proběhla řada dalších explozí a roztavení jádra reaktoru. Okolo 130 000 lidí z blízkého okolí muselo být evakuováno. Havárie zasáhla značné území obrovským množstvím radioaktivních látek. Pro jadernou energetiku měla tato událost fatální následky a prakticky to znamenalo zastavení dalšího rozvoje, který se pozvolna začal obnovovat teprve ke konci století.

3 Rozdělení generací

Přehled všech generací jaderných reaktorů vidíme na obrázku 3.1, jež jsou rozděleny do kategorií zhruba následovně:

- **Generace I:** První prototypy komerčních reaktorů z 50. a 60. let, které už v dnešní době nejsou v provozu. Zástupcem je například jaderná elektrárna Shippingport v Americkém státu Pennsylvania. Výstavba elektrárny tehdy stála 72,5 miliónů amerických dolarů.
- **Generace II:** Vychází z koncepcí ověřených na reaktorech I. generace. Jednalo se o série elektráren projektovaných a postavených jednotlivě, ale s reaktory patřícími ke stejnému typu a pozdější projekty úzce navazovaly na ty předchozí. Nyní tvoří páteř jaderné energetiky reaktory postavené v 70. až 80. letech, jejichž éra začala v 70. letech minulého století velkými komerčními elektrárnami.
- **Generace III:** Vzniká od 90. let minulého století se spousty zdokonalených prvků, které doposud nabízejí významný pokrok z hlediska ekonomiky a bezpečnosti, jenž jsou někdy označovány jako „pokročilé reaktory“. Dochází k daleko intenzivnějšímu využití paliva, prodlužuje se doba mezi jeho výměnami a životnost elektrárny by se měla standardně posunout na 60 let. Dochází také ke standardizaci jednotlivých typů reaktorů a předpokládá se „sériová“ výroba elektráren. Postaveny byly především ve východní Asii. V Japonsku fungují například od roku 1996. Nový tlakovodní reaktor EPR budovaný ve Finsku, také spadá do této kategorie. Licenci ve Spojených státech získal reaktor AP-600, 1000 od Westinghouse Company, ale žádná elektrárna zatím není ve výstavbě.



Obr. 3.1: Přehled generací jaderných elektráren

- **Generace III+:** Tato generace prozatím prochází vývojem a schvalovacím řízením u regulátoru. S uvedením do provozu se počítá v průběhu roku 2010. Označují se zde projektované reaktory, které mají vylepšené pasivní prvky bezpečnosti tak, aby se v případě nestandardní situace dostaly do bezpečného stavu automaticky bez jakýchkoliv aktivních částí. Řadí se k nim hlavně modulární reaktory s kuličkovým keramickým palivem PBMR (výstavba v Číně), evropské SWR-1000 a EPR, který se staví ve Finsku a Francii. Americký AP1000 a IRIS od firmy Westinghouse, pokročilý varný reaktor, lehkou vodou chlazený, moderovaný reaktor ABWR a ESBWR od GE, GT-MHR. Do roku 2030 budou všechny postavené reaktory vybrány z této generace a budou tvořit základ jaderné energetiky v příštích desetiletích. Měly by nahradit dosluhující jaderné elektrárny a přispět i ke zvýšení podílu jaderné energetiky na výrobě energie ve světě. Dále se bakalářská práce věnuje zmíněným reaktorům: VVER 640, EPR a AP 1000.
- **Generace IV:** Prozatím nejvyspělejší jaderné reaktory obsahující mnoho aktivních i pasivních bezpečnostních prvků. Jejich plán využití je rozvržen do roku 2030, kdy bude u konce životnost dosavadních reaktorů. Hlavní důraz se klade na vyšší ekonomičnost, bezpečnost a ochranu proti zneužití jaderných materiálů. Počítá se s využitím chladících látek, umožňující mnohem vyšší teploty v provozu místo obvyklé vody a tím i zvýšení účinnosti.

4 Primární okruh jaderné elektrárny

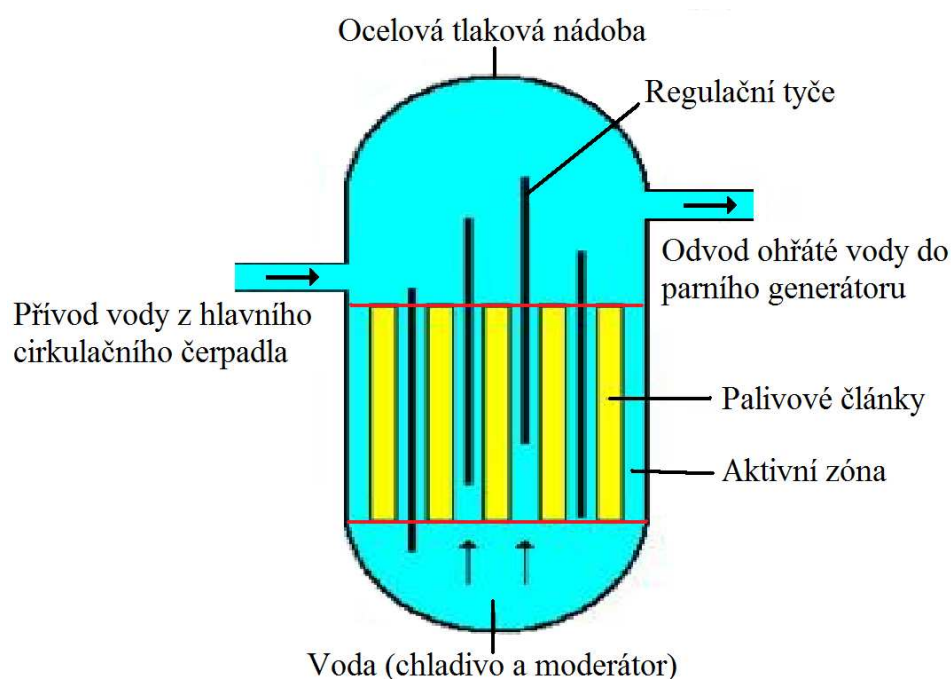
Odvod teplotnosného média z reaktoru do tepelného výměníku (parního generátoru) dochází v primárním okruhu jaderné elektrárny a následně se tepelná energie předá sekundárnímu okruhu. Do reaktoru se vrací ochlazené médium z parního generátoru, kde se následně zase ohřeje.

Popis částí primárního okruhu:

Jaderný reaktor:

Je zařízení, ve kterém probíhá řetězová jaderná reakce, která se udržuje a kontroluje ve stabilním běhu. Energie uvolněná při jaderném štěpení se přemění na tepelnou energii, kterou odvádí voda protékající reaktorem a tím i ochlazuje aktivní zónu. Voda se používá i jako moderátor reaktoru pro zpomalování neutronů. Palivo reaktoru slouží obohacený uran ve formě oxidu uraničitého UO_2 . Tento bakalářský projekt se zabývá parním generátorem typu VVER (lehkovodní tlakový reaktor), nebo také známým pod zkratkou PWR (Pressurized Water Reactor).

Výše uvedený nejpoužívanější typ reaktoru využívají i jediné dvě jaderné elektrárny (Temelín, Dukovany) v České Republice. Schéma jaderného reaktoru je vyobrazeno na obrázku 4.1.



Obr. 4.1: Schéma jaderného reaktoru

Regulační tyče:

Řídí rychlost jaderné reakce zasouváním do reaktoru. Regulují množství volných neutronů, tím i průběh štěpení a výkon reaktoru. Mimo jiné složí jako bezpečnostní prvek, neboť přebytek neutronu by mohl vyvolat neřízenou štěpnou reakci a posléze i možnou havárii. Pro absorpci přebytečných neutronu se převážně používá materiál regulačních tyčí kadmium.

Aktivní zóna:

Palivo a štěpná reakce, probíhá v aktivní zóně. Vzniklé teplo je následně odváděno chladivem k parnímu generátoru.

Parní generátor:

Důležitou součástí systému jaderné elektrárny je zařízení k výrobě páry – parní generátor, ke kterému se vztahuje předkládaná bakalářská práce. Je to tepelný výměník, ve kterém dochází k převodu tepelné energie radioaktivního primárního okruhu do neaktivního sekundárního okruhu jaderné elektrárny. Tlak je zde nižší než v primárním okruhu, čímž vznikne pára proudící následně do turbíny.

V tomto případě se konkrétně jedná o vodovodní typ s tepelným výkonem 450 MW ve čtyřsmyčkovém uspořádání.

Kompenzátor objemu:

Vlivem tepelných dilatací chladiva dochází k tlakovým změnám primárního okruhu. Kompenzátor objemu je vodní nádrž, jenž vyrovnává tlakové změny a doplňuje nebo odebírá chladivo při změnách objemu v primárním okruhu.

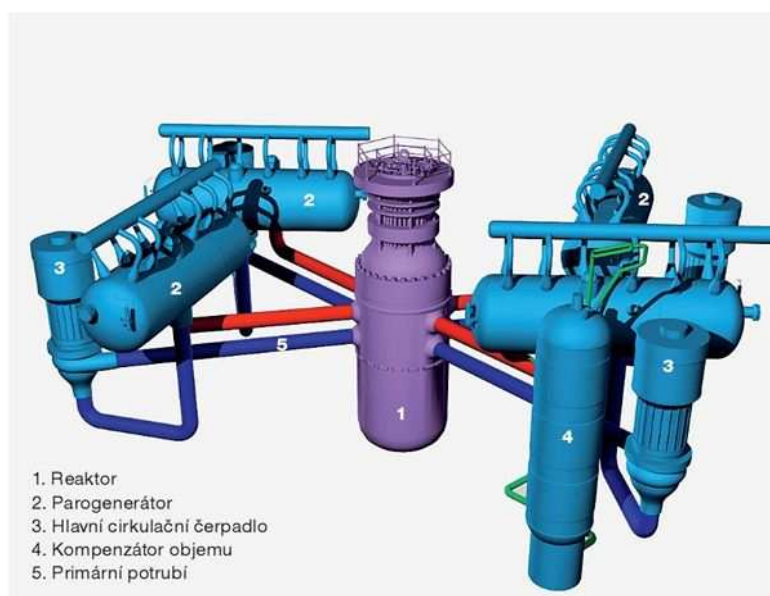
Kompenzátor objemu je rozdělen na vodní a parní prostor. S horkou částí větve jedné ze smyček primárního okruhu je trvale spojen vodní prostor. Nad hladinou je parní polštář, s jehož pomocí dochází k vyrovnávání tlaku. Při snížení tlaku se automaticky zapnou ohříváky vody a způsobí stoupání tlaku za pomoci vývinu páry v kompenzátoru objemu. Při dosažení předepsaného tlaku se ohříváky automaticky vypnou. Naopak při zvýšení tlaku se otevře regulační ventil, dochází k rozprašování studené vody tryskami do parního prostoru kompenzátoru objemu a poklesu tlaku následnou kondenzací páry.

Hlavní cirkulační čerpadlo:

Mezi reaktorem a parním generátorem zajišťuje proudění chladiva. Z důvodu vysokých tlaků, teploty a radioaktivity vody, patří k technologicky nejnáročnějším čerpadlům v jaderné elektrárně.

Čtyřsmyčkové uspořádání primárního okruhu JE VVER 640:

Každá smyčka obsahuje parní generátor, hlavní cirkulační čerpadlo, jenž je umístěno v chladnější větvi smyčky. Pomocí uzavření hlavních uzavíracích armatur lze při poruše celou smyčku vyřadit z provozu. Na obrázku 4.2 je zobrazen 3D pohled na zmíněný primární okruh.



Obr. 4.2: Čtyřsmyčkové uspořádání primárního okruhu jaderné elektrárny

5 Současnost jaderných elektráren

5.1 Aktuálně ve světě

Současná doba přináší nový dech v rozvoji jaderné energetiky. Nyní a ani v budoucnu, nebude možné jadernou energii nahradit (pokud nebereme v potaz palivový cyklus uhelných elektráren jako alternativu) a to si mnoho zemí pozvolna začíná uvědomovat.

Za změnou stojí problémy s alternativními zdroji, růst cen zemního plynu a ropy či zvyšování energetických potřeb v rozvojových zemích.

V roce 2008 vyrobily jaderné elektrárny kolem 15 % světové elektřiny, přičemž v EU to bylo přibližně 35 % z celkové vyrobené elektřiny. Celkem 15 zemí se opírá o dodávku jaderné energie, alespoň čtvrtinou celkově vyrobené elektřiny. Země vytvářející největší část podílu na elektřinu v roce 2008 z jaderné energetiky byly uvedeny v tabulce 5.1.

Země	%	Země	%
Francie	76.2	Slovinsko	41.7
Litva	72.9	Arménie	39.4
Slovensko	56.4	Švýcarsko	39.2
Belgie	53.8	Maďarsko	37.2
Ukrajina	47.4	S. Korea	35.6
Švédsko	42.0	Bulharsko	32.9

Tab. 5.1: Země dodávající si procentuálně elektřinu z jaderných elektráren

V dubnu 2010 bylo ve 29 zemích po celém světě v provozu 438 jaderných reaktorů pro výrobu elektřiny – především v Evropě, Kanadě, Severní Americe a 57 nových jaderných elektráren, jejichž výstavba začala ve 14 zemích.

Přesto se v současnosti na poli jaderné energetiky nejvíc podílí Evropa (15 zemí), Asie (8 zemí), Severní Amerika (3 země) a Jižní Amerika (2 země).

Tabulka 5.2 ukazuje počet, typ a výkon elektráren v provozu i ve výstavbě k tomuto datu, kde Spojené státy nejsou rozděleny na příslušné druhy reaktoru, ale pouze počet elektráren v provozu a jedna ve stavebním procesu.

Typ	V provozu		Ve výstavbě	
	Počet jednotek	Celkem MWe	Počet jednotek	Celkem MWe
ABWR	4	4950	3	3925
AGR	14	7535	0	0
BWR	53	44795	0	0
FBR	1	560	2	1274
GCR	4	1414	0	0
LWGR	15	10219	1	915
PHWR	46	22840	2	894
PWR	147	143082	48	46039
VVER	50	35608	0	0
U.S.A.	104	100683	1	1165
Celkem	438	371686	57	54212

Tab. 5.2: Využívání a výstavba reaktorových systémů ve světě a U.S.A

Do budoucna se odhaduje, že počet jaderných zařízení bude ve světě nadále stoupat. Nejvíce hlavně v Číně, Rusku, USA, Jižní Africe a Indii. Podle prognózy z roku 2006 podle japonského institutu Institute of Energy Economics se má instalovaný výkon jaderné energie do roku 2030 zvýšit o 30 % ze současných 372 GW na 499 GW.

5.2 Stav v České Republice

Na území bývalé Československé Republiky byl zahájen provoz první jaderné elektrárny Dukovany v srpnu 1985. Dnes jsou v provozu čtyři bloky s tlakovodními reaktory typu VVER-440 – model V 213, každý o elektrickém výkonu 440 MWe. V totéž roce se zahájila výstavba druhé jaderné elektrárny Temelín, jihozápadně od města Týn nad Vltavou na jihu Čech a do provozu byla uvedena v letech 2002 až 2003. Temelín vyrábí elektřinu ve dvou blocích s tlakovodními reaktory VVER 1000 typu V 320 s celkovým instalovaným výkonem 2x1000 MWe. Na výrobě elektrické energie v České republice se tyto dvě jaderné elektrárny podílejí 35 %.

V České republice jsou kapacity pro výrobu energie prozatím dostačující, ale po čase, kdy budou uhelné elektrárny dosluhovat a především z prognózy zvyšující se spotřeby elektřiny nejen v ČR, ale i ve světě a v EU, lze očekávat deficit elektrické energie a s tím souvisí podpora získávání elektrické energie z obnovitelných zdrojů, renovací uhelných elektráren a hlavně z výstavby nových jaderných bloků.

5.3 Budoucí generace

O III+ a IV generaci jaderných reaktorů se hovoří v souvislosti s plánováním nových projektů, které vycházejí ze zdokonalování doposud fungujících typů, znalostí konstrukčních prvků a využívání nových technologických možností.

Jaderné reaktory III+ generace se vyznačují zvýšenou spolehlivostí, bezpečností, delší životností, zjednodušenou konstrukcí, nižšími investičními náklady, menším množstvím radioaktivního odpadu a celkovou vyšší efektivností provozu. Do této generace například spadá projekt EPR – evropský tlakovodní reaktor a japonský SWR-1000. Dále k této skupině řadíme následovníky typu VVER (vodovodný energetický reaktor), projekty VVER 1000 nebo VVER 640, ke kterému se mimo jiné vztahuje tato bakalářská práce.

Plán na využití jaderných reaktorů IV generace je rozvržen až do roku 2030, kdy bude mnoho v současnosti provozovaných reaktorů dosluhovat. Řídí se doporučeními Mezinárodní skupiny pro jadernou bezpečnost (INSAG). Se zvyšující spotřebou energie ve světě, předpokládají projekty i vyšší podíl jaderných systémů tyto potřeby kryjící.

S předpokládaným nárůstem spotřeby energie ve světě, budou muset tyto spotřeby krýt ve vysokém podílu jaderné systémy.

Primární cíle jsou:

- Minimalizovat množství jaderného odpadu a trvale zajišťovat udržitelný rozvoj výroby energie splňující požadavky na čistotu ovzduší.
- V porovnání s jinými zdroji energie musí být jaderné systémy IV generace cenově výhodnější a musí mít úroveň finančního rizika porovnatelnou s ostatními energetickými systémy.

6 III+ Generace jaderných elektráren

6.1 Historie

Před více než čtyřiceti lety americká firma Westinghouse vyvinula tlakovodní jaderný reaktor pro americké námořnictvo jako kompaktní zdroj energie. Jeho přednosti se ukázaly natolik významné, proto byl přizpůsoben pro využití v jaderných elektrárnách. V roce 1956 vznikl projekt tohoto reaktoru s výkonem 200 MWe. Pro první jadernou elektrárnu na principu VVER (česky – vodovodný energetický reaktor), bylo k zvážení několik míst. Privilegium obdržela elektrárna Novovoreněž, kde byly posléze vybudovány reaktory všech generací VVER.

Od roku 1961 se komerčně používají tlakovodní reaktory I. generace, kdy byla mimo jiné uvedena do provozu i jaderná elektrárna Yankee Rowe v USA s výkonem 167 MWe/600 MWt. Byly neustále vyvíjeny a v dnešních podmínkách se standardně používají tlakovodní reaktory o výkonech až 1600 MWe a vyrábějí přes 80% světové produkce jaderné energie. Prodáním licence na jejich výrobu firmy Westinghouse francouzské firmě Framatome, německé Kraftwerk Union (Siemens) a japonské Mitsubishi Heavy Industries se dosáhlo, že tlakovodní reaktory se staly nejpoužívanějším typem. Po úspěchu vyvinuly další dvě americké firmy tlakovodní reaktor a to Babcock Wilcox a Combustion Engineering. USA a Sovětský svaz souběžně vyvíjely tlakovodní reaktory.

První blok reaktoru typu VVER-440/210 (prototyp) byl do sítě připojen 31. 12. 1964 v jaderné elektrárně Novovoreněž a svou životaschopnost ukončil v únoru roku 1988. Druhý blok reaktoru VVER-440/365 (prototyp), byl přifázován 27. prosince 1969 a svůj provoz ukončil dne 29. srpna 1990. Do provozu bylo uvedeno dalších deset reaktorů i mimo Sovětský svaz v rámci mezinárodních dohod. Provozem se prokázala technická spolehlivost a proveditelnost tohoto systému, avšak bylo zároveň zjištěno mnoho nedostatků v projektu a konstrukci zařízení a získané poznatky byly velice důležité pro výstavbu dalších bloků mj. i pro Českou Republiku. Zbylé tři doposud fungující reaktory v jaderné elektrárně Novovoreněž z nichž je poslední prototyp VVER-1000, mají plánované odstavení do roku 2020. Šestý a zatím poslední blok v této elektrárně je prozatím od roku 2007 ve výstavbě.

6.2 Princip

Rychlé (vysoko-energetické) neutrony v tepelném reaktoru vygenerované štěpnou reakcí zpomalují za pomoci moderátoru na úroveň „tepelné“ energie pružnými srážkami s lehkými prvky. Nejlepším moderátorem je těžká voda. Také grafit je označován za dobrý moderátor a i v obyčejné vodě dochází k intenzivnímu zpomalování neutronů. Zpomalováním produktů štěpením vzniká teplo v reaktoru, které dojde po rozštěpení jader uranu ^{235}U . Voda protéká reaktorem a slouží jako chladivo, odvádí teplo a tím ochlazuje jeho aktivní zónu. Za použití vysokých tlaků (15,7 MPa) v primárním okruhu reaktoru se zabrání vodě přijít do bodu varu. Ohřátá voda proudí z reaktoru do parního generátoru (tepelný výměník) a zde předá svou tepelnou energii cirkulující vodě v odděleném sekundárním okruhu, jenž už není radioaktivní. Zde už jsou tlaky nižší, než v primárním okruhu, proto dochází k přeměně vody na vodní páru. Pára proudící ze separátoru páry, obsaženého v parním generátoru, je přiváděna do turbíny, kterou následně roztáčí působením na její lopatky. Po předání energie páry turbíně je pára odváděna do kondenzátoru, kde následně kondenzuje. Třetí chladicí okruh elektrárny zajišťuje chlazení kondenzátorů.

6.3 Bezpečnost

Mezi přednosti tlakovodních reaktorů patří jejich jednoduchost a inherentní bezpečnost. Fyzikální principy použité při konstrukci, významně přispívají k bezpečnému provozu reaktoru. Voda protékající reaktorem umožňuje jadernou reakci a zároveň ochlazuje reaktor. Voda totiž zpomaluje uvolněné rychlé neutrony na úroveň tepelné energie. Tím se zvyšuje pravděpodobnost štěpení při srážkách s jádrem atomu ^{235}U . Fyzikální vlastnosti vody zároveň zamezují, aby se intenzita štěpné reakce libovolně zvyšovala, neboť při vzrůstající teplotě vody se snižuje brzdící účinek neutronů.

6.4 Tlakovodní reaktory

6.4.1 Rozdělení

Reaktory III. generace v porovnání se svými předchůdci se vyznačují zjednodušenou konstrukcí a dělí se podle počtu chladících okruhů na jednookruhové, při výrobě páry, nebo víceokruhové, kde se teplo z reaktoru předává sekundárnímu médiu. Tyto reaktory ušetří tímto kolem 20 % paliva a o 15 % vyprodukují méně radioaktivního odpadu. Někdy se kvůli bezpečnosti vkládá mezi zmíněné dva okruhy ještě další okruh (např. v případě chlazení roztavenými solemi nebo tekutým sodíkem).

Další dělení je podle neutronového spektra na tepelné, které snižují kinetickou energii neutronu na vyšší úroveň pravděpodobnosti štěpení. V rychlých reaktorech vyvolají štěpení rychlé, nezpomalené, neutrony. Lehkovodní, moderované lehkou vodou (H_2O), těžkovodní, moderovaná těžkou vodou (D_2O) a grafitové je rozdělení podle druhu moderátoru. Použitím chladiva se rozdělují na reaktory chlazené plynem (většinou oxidem uhličitým nebo héliem), chlazené lehkou nebo těžkou vodou, chlazené organickými látkami, kde jsou chladivem polyfenyly a na závěr chlazené reaktory tekutým kovem (např. sodíkem v nejčastějším případě, olovem nebo jinými kovy). Na varné a tlakovodní reaktory rozlišujeme, jestli v aktivní zóně dochází k varu chladiva. IAEA (International Atomic Energy Agency) rozděluje současně používané reaktory podle tabulky 6.1.

Typ reaktoru	Moderátor	Chlazení	Označení
Tepelný	Lehká voda	H_2O	Tlakovodní (PWR)
			Varné (BWR)
	Grafit	CO_2	Plynem chlazené (GCR) a zdokonalené (AGR)
		He	Vysokoteplotní (HTGR)
		H_2O	Vodou chlazený (LWGR)
	Těžká voda	D_2O	Těžkovodní CANDU (PHWR)
		H_2O	Těžkovodní, chlazený obyčejnou vodou (HWLWR)
		CO_2	Těžkovodní, chlazený plynem (HWGCR)
Rychlý	Bez moderátoru	Na	Rychlý množinový (FBR)

Tab. 6.1: Základní rozdělení reaktorů podle IAEA

Podle štěpného materiálu může být další dělení. Použití uranu v přírodním nebo v obohaceném stavu. Odlišná je i chemická vazba štěpného materiálu, kde se používají kovový uran, karbid uranu (UC), oxid uranu (UO_2), popřípadě směs uranu a plutonia (MOX). Rozdělení je možné i podle formy paliva na heterogenní, kde se vyskytuje palivo ve formě palivových článků, a na homogenní, kde je rozptýlené nebo rozpuštěné přímo v moderátoru. Řešení průtoku chladiva rozdělí podle konstrukčního uspořádání na reaktory s tlakovou nádobou (aktivní zóna a chladivo, řídící tyče a vnitřní zařízení uvnitř nádoby), nebo s tlakovými kanálky (palivový článek v samostatné trubce).

6.4.2 Blok VVER 640

Petrohradský Atomenergoprojekt ve spolupráci Gidropressem a Kurčatkovským institutem vypracovali technický projekt jaderné elektrárny VVER 640 v rámci státního programu „Ekologicky čistá energetika“. Projekt jaderné elektrárny se středním výkonem 640 MWe spadá do nové generace, přesto se v Rusku hledají další cesty, jak zvýšit bezpečnost jaderných elektráren a tím snížit riziko vyplývající z provozu. Elektrárna má zabudovaný reaktor V 407, jenž zahrnuje nové pasivní a inherentní bezpečnostní prvky. Ostatní technické parametry jaderné elektrárny jsou zapsány v tabulce 6.2.

Na konkursu s nejlepším návrhem energetických bloků byl kladně oceněn s hodnocením „doporučení – zdokonalený“. S kladným výsledkem byl také podroben expertize v německém GRS (Gesellschaft für Reaktorsicherheit mbH).

Blok se vyznačuje zvýšenou úrovní bezpečnosti za využití zkušeností z projektů VVER 440 a VVER 1000. Všechné pasivní systémy zajišťují bezpečnost jaderné elektrárny při havarijní situaci. Technickoekonomický ukazatel paliva, zdokonalení aktivní zóny, či optimalizace systému jsou dalšími způsoby vylepšení.

Od svých předchůdců se projekt VVER 640 liší těmito základními rysy:

- Použití dvojitého betonového kontejmentu.
- Zesílení betonových konstrukcí uvnitř obálky.
- Automatické odstavení a dochlazování reaktoru na bázi pasivních systémů pracujících i bez zásahu operátora.
- Kontrola těsnosti vnitřní ocelové obálky za provozu reaktoru.
- Možnost kompenzace reaktivity všech staveb (včetně neotráveného reaktoru bez boru v chladivu) do teploty 100 %.
- Zvýšení účinnosti JE zvýšením nominálního tlaku páry na výstupu z parního generátoru na 7 MPa.
- Sofistikované řídicí systémy.

Typ reaktoru	V 407	1
Tepelný výkon	1800	MWt
Elektrický výkon	640	MWe
Účinnost bloku	33,3	%
Životnost reaktoru	60	let
Počet smyček I. okruhu	4	1
Tlak vody na výstupu z aktivní zóny	15,7	MPa
Tlak páry v parním generátoru	7,06	MPa
Tlak páry na vstupu do turbíny	6,9	MPa
Tlak v kondenzátoru	5	kPa
Teplota vody na vstupu do reaktoru	298,5	°C
Teplota vody na výstupu z reaktoru	330,7	°C
Otáčky turbíny	3000	min ⁻¹
Obohacení paliva	3,6	%
Sřední vyhoření	40,4	MWdní / kg (U)

Tab. 6.2: Technické údaje jaderné elektrárny VVER 640

Technologie a systémy osvědčené u předchozích VVER, používají také elektrárny VVER 640. Životnost elektráren musí být projektována na minimálně 60 let, přičemž radiační působení na obyvatelstvo je bezpodmínečně nižší než 0,1 %. Skladování použitého paliva je skladováno v kontejneru po dobu pěti let. Zahrnutí projektu obsahuje i možnost umístění elektrárny v různých klimatických podmínkách s možnými přírodními jevy (například povodně, zemětřesení).

6.4.3 Evropský tlakovodní reaktor EPR III+

Až třicetileté provozní zkušenosti firem Siemens a Framatome, daly vznik evolučnímu projektu EPR od AREVA Group, charakterizující nejlepší technologie, zejména zlepšení bezpečnosti a zároveň konkurenceschopnost produktu. Udávaný výkon je 1600 MWe s účinností až 37 %, jenž bude jedním z nejvýkonnějších tlakovodních reaktorů.

Hlavní součástí EPR jsou: tlaková nádoba, cirkulační čerpadla a parní generátory, které se od dřívějšího designu zvětšily, což zvýší bezpečnost, operativnost a výkon. Aby porucha jedné sekce neovlivnila jinou, jsou bezpečnostní sekce fyzicky odděleny.

Zajímavým bezpečnostním prvkem je speciální nádoba, kde při roztečení aktivní zóny zachytí taveninu a následně ochladí vodu omývající nádobu. Proniknutím radioaktivity do okolního prostředí elektrárny se tímto plně zamezí. Budova reaktoru obsahuje vnější železobetonový plášť a je schopna vydržet mj. i pád dopravního letadla. Na obrázku 6.1 je zobrazen řez dvojitém kontejmentem reaktoru.

Životnost je projektována na 60 let bez výměny reaktorové nádoby. Díky projektování ostatních komponentů, mohou být nezávisle na sobě vyměněny. Používat se bude oxid uraničitý jako palivo obohaceným mírně uranem ^{235}U do 5%, nebo uran a plutonia (UO_2 a PuO_2) označen také MOX (Mixed Oxide Fuel). Vyhořování tohoto paliva by pak nemělo být větší než 60 GWd/t.



Obr. 6.1: Řez dvojitým kontejmentem reaktoru EPR III+

6.4.4 Americký tlakovodní reaktor AP-600 III+, 1000 III+

Dnes již do detailů propracovaný projekt tlakovodního reaktoru obsahující zvýšenou pasivní a inherentní bezpečnost. Čerpání ze zkušeností a dosavadních úspěchů v konstrukci firmy Westinghouse uplatňuje v maximální míře u palivového článku a aktivní zóny. Především je založeno pro splnění projektových cílů elektrárny s tlakovodním reaktorem AP-600, 1000 na podstatném zjednodušení všech systémů s využitím pasivních bezpečnostních systémů a modulového konstrukčního řešení.

Nouzové systémy chlazení a ochranné obálky prodělaly největší změny oproti konvenčním řešením, čímž se docílilo natolik automatizovaného systému, aby po třech dnech od těžké havárie nevyžadoval zásah obsluhujícího personálu. Po havárii by se kontejnment zaplavil vodou během prvních deseti hodin. Bez přívodu elektrické energie by chladicí vzduch mezerou mezi ocelovým a betonovým pláštěm kontejnmentu odváděl

hromadící teplo. Koncentraci radioaktivních zplodin sníží pasivní sprchovací systém, jenž by využíval vodu s přídavkem kyseliny borité z nádrží. Zásadní změnou je chlazení vnějšího povrchu ochranné obálky přirozenou konvekcí vzduchem oproti dosavadním konstrukcím.

Elektrárna nemusí být vybavena filtračními systémy, nebo pojistným ventilem, protože je ochranná obálka zabezpečena před nekontrolovatelným zvýšením vnitřního tlaku. V tabulce 6.3 jsou popsány základní technická data a na obrázku 6.2 je vymodelovaná koncepce elektrárny AP-1000. Dvousmyčkové řešení parních generátorů připadají na každý reaktor, přes dvě studené, jednu teplou větev a čtyři napájecí čerpadla, přičemž výstupní teplota vedoucí z reaktoru pak bude 321 °C.

Tepelný výkon	3415 MWt
Elektrický výkon	1117 MWe
Počet smyček	2
Palivo	UO ₂ /MOX
Obohacení U-235	2,35 – 4,45 %

Tab. 6.3: Základní technická data jaderné elektrárny AP 1000 III+



Obr. 6.2: Koncepce jaderné elektrárny AP 1000 III+

7 IV. Generace jaderných elektráren

7.1 Historie projektu GIF

Ministerstvo energetiky v USA bylo důvodem založení programu GIF (Generation IV International Forum) v roce 1999. Hlavní podmínky byly neustále rostoucí ceny elektřiny, zabránění globálního oteplování, což je spojeno se snížením emisí skleníkových plynů, zvyšování světové spotřeby energie a problémy s alternativními zdroji. Schůze GIF započala v lednu 2000, kdy US Department of Energy (DOE), úřad pro jadernou energii, vědu a techniku svolala skupina vysokých vládních představitelů z původních devíti zakládajících zemí, aby zahájila jednání o mezinárodní spolupráci při vývoji IV. generace jaderných energetických systémů. Členství zastupuje k dnešnímu dni 13 zemí, když v listopadu roku 2006 do programu jako poslední připojila Ruská federace s Čínskou lidovou republikou.

Mezinárodním fórem GIF se dlouhodobě zabývá soustředěným výzkumem a perspektivou jaderné energetiky. Oporou jsou jim doposud padesátileté zkušenosti v oblasti jaderné energetiky, kdy kromě nedostatků a problémů se snaží hodnotit i jejich převážné úspěchy v této oblasti, proto se klade důraz na odstranění v nejvyšší míře dosavadních nevýhod, při ekonomické konkurenceschopnosti jaderné energetiky. Další body a požadavky nadcházejícího vývoje a výzkumu jsou obsažené v dokumentu „A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems“ viz. [1].

7.2 Požadavky na jaderné elektrárny IV. generace

Bezpečnost a zabránění šíření jaderných zbraní:

Snaha o robustní jednoduchou konstrukci s jasně daným chováním je jedním z nejdůležitějších bezpečnostních prvků. Hlavní důraz je zaměřen na pasivní bezpečnostní prvky založené na základních fyzikálních principech. Například dostatečně pevná konstrukce komplexu, která zajistí ochranu před útokem raketou i pádu letadla. Nezávisle na sobě pracující bezpečnostní prvky jsou zněkolikanásobněny. Čímž se docílí nahrazení vyřazeného prvku jiným.

Ekonomika:

Srovnání ekonomiky produkce využití jaderné energie a pomocí ostatních zdrojů je důležitým aspektem pro využití. Elektrickou energii už nyní současné jaderné elektrárny

vyrábějí za cenu levnější než u uhelných elektráren. Avšak je potřeba neustále zlepšovat ekonomické parametry jaderných elektráren. Srovnání cen výstavby a provozu patří k nemalé součásti výběru konkrétních používaných typů. Jednu z největší části nákladu tvoří převážně cena postavení jaderného reaktoru a v oblasti energie jádra lze docílit nejvýznamnějšího snížení finančních nákladů.

Délka a cena výstavby:

Standardizace modelů stavěny v dostatečných sériích, nebo modulární uspořádání, by přispěly nemalou hodnotou ke snížení cen zařízení a schvalovací zařízení by nemuselo probíhat pro každou část a stavbu zvlášť. Doba projektování, schvalování a výstavby elektrárny by se tím pádem výrazně zkrátila a to by se odrazilo výrazným snížením nákladů.

Delší doba života reaktorů:

Během provozu elektrárny lze většinu zařízení renovovat a modernizovat čímž se dosáhne delší životnost a kvalita vybavení. Reaktorová nádoba je základní součást jaderného bloku, kterou nelze vyměnit, a proto určuje jeho celkovou životnost. Určuje jí hlavně odolnost proti negativním vlivům za provozu, například silným neutronovým polem vznikajícím při provozu reaktoru se zhoršují vlastnosti nádoby tímto vlivem. Proto se klade důraz na zmenšení tohoto ozáření neutrony směrem na stěny nádoby. Lze také použít více kvalitní materiály nádoby čímž se pochopitelně zvýší i její životnost. Životnost jaderných reaktorů IV. generace má dosahovat přibližně šedesáti let a jejich využitím by se celková efektivita zvýšila.

Provozní náklady a efektivita jaderné elektrárny:

Důraz je kladen na zjednodušení obsluhy, které vede k zvýšení spolehlivosti, prodloužení intervalu mezi výměnami paliva a zkrácení potřebné doby na tuto výměnu. Zvýšením koeficientu využitelnosti elektrárny bychom dosáhli snížením plánovaných i neplánovaných odstávek. Možnosti jsou široké jako například při efektivní produkci tepla, pitné vody odsolováním a vodíku.

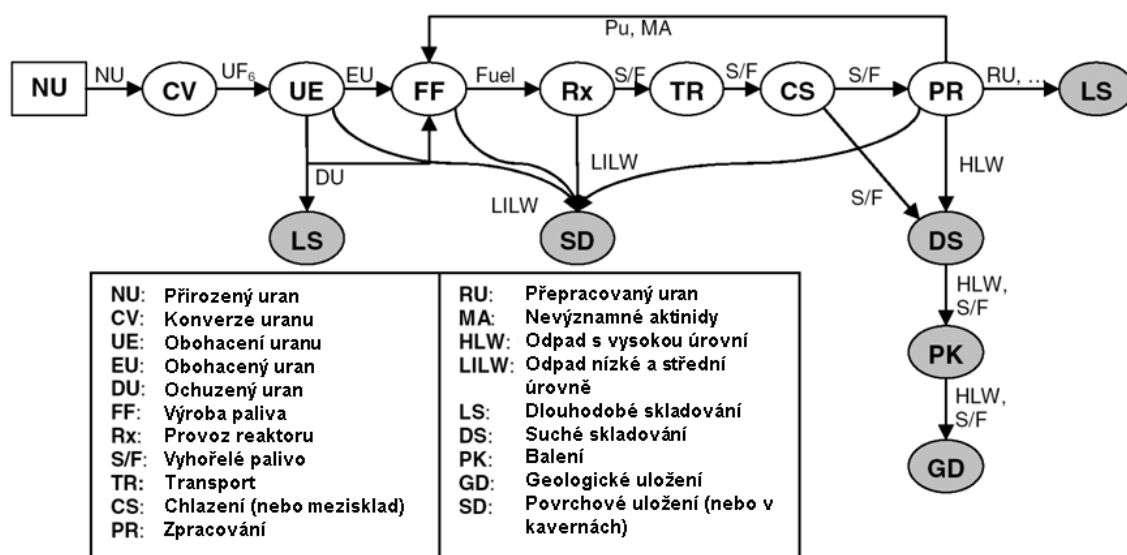
Vodíková energetika

Produkce jiných forem energie než pouze elektrické by efektivním zapojením jaderné energetiky mohlo umožnit zavedení vodíkového hospodářství a využitím vodíku pro

transport, průmysl i uchovávání energie. Předpokládaným nasazením termochemických metod, nebo vysokoteplotní elektrolýzy se bude produkce vodíku provádět efektivněji. Vysokoteplotní elektrolýzu lze také označit jako parní elektrolýza, kdy část dodané energie je přivedena ve formě tepla a druhou část tvoří elektrická energie. Dosáhne se tak celkově vyšší účinnost procesu oproti elektrolýze vody, jenž je menší až o 35%. Poté může účinnost výroby elektrické energie s celkovou účinností dosáhnout 45%.

Uzavřený palivový cyklus:

Většina reaktorů ve světě používá pouze jeden cyklus využití paliva a vyhořelé palivo se nerecykluje. Jen některé státy přepracovávají vyhořelé palivo a tím využívají recyklovaný uran a transurany (převážně plutonium 239). Transurany mají rozdílné pravděpodobnosti absorpce neutronu a štěpení, především pro neutrony s nízkou energií a proto je využití recyklace pouze omezené. Reaktory pracující s moderovanými neutrony nejsou doporučovány spalovat recyklované palivo, neboť jsou velmi citlivé na složení paliva. Proto použití rychlých reaktorů je výhodnější a musí se brát ohled při konstruování aktivní zóny reaktoru na předpokládané používané palivo. IV. generace obsahuje projekty plánovaných reaktorů, ve kterých se bude předpokládat efektivní spalování transuranů. V budoucnu se díky intenzivní recyklaci dosáhne uzavřeného palivového cyklu, jenž znázorňuje obrázek 7.1.



Obr. 7.1: Schéma palivového cyklu

Využití štěpitelného materiálu:

Nejefektivnější využití štěpného i štěpitelného materiálu úzce souvisí s uzavřeným palivovým cyklem, proto se objevuje v několika projektech rychlých reaktorů. V množivém režimu mohou pracovat a produkovat palivo ve formě plutonia 239 a dalších transuranů pro sebe, ale i pro klasické reaktory. Prioritou vývoje IV. generace reaktorů je vývoj využívání izotopů uranu 235, 238 a transuranů, doprovázející jejich spalování. V úvahu je třeba vzít pravděpodobnost reakce neutronů s izotopem thoria 232 a izotopy prvků, které vzniknou při využití v jaderném reaktoru.

Redukce radioaktivního odpadu:

Zmíněnou významnou redukcí radioaktivního odpadu by mělo umožnit přepracování vyhořelého jaderného paliva a spálením všech vznikajících transuranů v uzavřeném cyklu. Rychlé reaktory umožní štěpit všechny transurany v intenzivní neutronové pole. Čímž by se docílilo posílání do trvalých úložišť vysoce aktivních jaderných odpadů pouze dlouhodobě aktivní štěpné produkty. Toxicita, radioaktivita odpadů a objem by se proto mohl výrazně snížit a také by se i zredukovala velikost trvalých úložišť radioaktivního odpadu.

7.3 Výběr možných reaktorových systémů

Propracování technologií 6 typů jaderných reaktorů, vybraných z téměř sta možností budoucích reaktorů, pro nasazení po roku 2020 je jeden z cílů iniciativy. Vůči vysoké teplotě je umožněno vyrábět elektrickou energii s výrobou vodíku, jenž by měl v budoucnu nahradit dosavadní ropné produkty, především v dopravě. Požadavky na neustále zvyšování účinnosti jaderných reaktorů, můžeme rozdělit na dva typy. Buď účinnost v schopnosti přeměňovat tepelnou energii na mechanickou či elektrickou, nebo využívání stupně jaderného paliva. Uskupení GIF rozděluje reaktorové systémy následovně v tabulce 7.1.

Reaktorový systém	Neutrony	Palivový oběh	Rozměr	Aplikace	Věda/ Výzkum/ Objevy
Plynem chlazený rychlý reaktor GFR	Rychlé	Uzavřený	Střední	Elektřina, aktinoidové hosp., H ₂	Palivo, materiály, bezpečnost
Olovo-bismutem chlazený reaktor LFR	Rychlé	Uzavřený	Malý Střední Velký	Elektřina, aktinoidové hosp., H ₂	Palivo, materiálová kompatibilita (slučitelnost)
Tekutými solemi chlazený rychlý reaktor MSR	Tepelné	Uzavřený	Velký	Aktinoidové hosp., H ₂	Palivo, materiály, bezpečnost, spolehlivost
Sodíkem chlazený rychlý reaktor SFR	Rychlé	Uzavřený	Střední Velký	Elektřina, aktinoidové hosp.	Zdokonalení recyklace, pasivní bezpečnost, hraniční stavy
Superkritický lehkovodní reaktor SCWR	Tepelné Rychlé	Otevřený Uzavřený	Velký	Elektřina	Vysokoteplotní materiály, kompozity, keramika
Vysokoteplotní plynem chlazený reaktor VHTR	Tepelné	Otevřený	Střední	Elektřina, H ₂ , odpadní teplo	Palivo, materiály, produkce vodíku

Tab. 7.1: Rozdělení reaktorových systémů

Výhody a nevýhody se týkají každého uvedeného systému a jen budoucí vývoj dokáže, který z těchto reaktorů rozhodne v úloze jaderné energetice v nepříliš vzdálené budoucnosti.

8 Popis parního generátoru

Parní generátor slouží k výrobě páry, která vzniká prouděním teplonositele, jenž ochlazuje jaderný reaktor a předává svou tepelnou energii sekundárnímu médiu. Energetické parametry parního generátoru jsou vstupní teplota, výstupní teplota a tlak primárního média, tepelný a parní výkon, tlak a teplota sekundárního média a čistota páry. Velikost tepelných ztrát do okolí není příliš velká a pohybuje se v rozmezí 1-2 % tepelného výkonu.

Požadavky a kritéria pro stavbu parního generátoru:

- Zajistit projektovaný výkon, parametry páry a bezpečný provoz při různých režimech jaderné elektrárny.
- Všechny části musí mít vysokou spolehlivost a bezpečnost.
- Požadovaná životnost je minimálně 30 až 35 let, tedy 200 až 250 tisíc provozních hodin.
- Spoje musí být dokonale těsné, aby byla vyloučena možnost proniknutí radioaktivního teplonositele do pracovní látky a naopak.
- Parní generátor je třeba navrhnout tak, abychom předešli vznikům korozních produktů.
- Konstrukce a koncepce Parního generátoru musí dovolovat snadnou montáž, opravu, dokonalé vypuštění jeho primární i sekundární strany a snadný bezporuchový provoz.

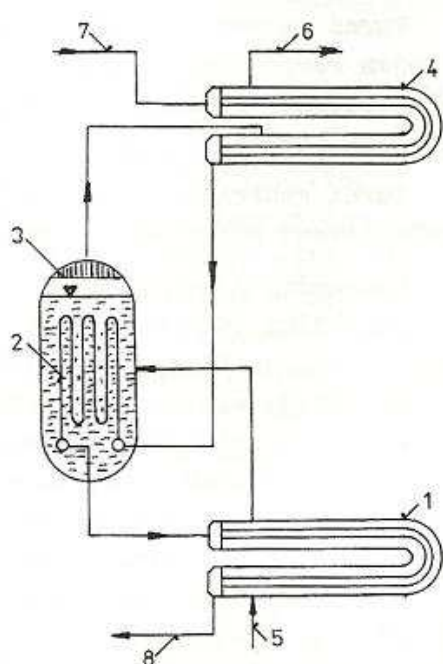
Existuje mnoho konstrukčních řešení parního generátoru. Je to dáno typem reaktoru, požadovaným tepelným výkonem, parametry primárního média. Proto obsahuje širokou škálu možností při volbě jednotlivých konstrukčních parametrů a elementů na straně tohoto média.

Horizontální parní generátor pro tlakovodní reaktory VVER:

Trubky tvaru „U“ vedou teplotnositelné médium do kolektorů nacházejících se ve střední části tělesa. Pro případ kontroly či opravy slouží na horní části kolektoru umístěná mechanická odnímatelná víka. Teplotnosné trubky jsou ve svazcích ponořeny v sekundární vodě. Pod hladinou sekundární vody jsou ve svazcích ponořené teplotnosné trubky.

Do tělesa je nátrubkem přiváděna sekundární napájecí voda a posléze rozdělovacím kolektorem napájecí vody rozdělena do teplejší poloviny svazku trubek, čímž se reguluje parní zatížení hladiny vody. Snížení parního výkonu a suchosti páry se dosáhne přívodem napájecí vody pod hladinou. Mezi trubkami svazku probíhá přirozená cirkulace sekundární vody.

V horní části parního generátoru se nalézá žaluziový separátor páry, ve kterém se pára uvolněná z hladiny sekundárního média zbavuje vlhkosti. Následně vystupuje nátrubky do výstupního kolektoru páry. Neustálý odluh a odkal, zajišťující předepsanou kvalitu páry, se provádí nátrubky, umístěnými na dně parního generátoru sekundární strany. Celkové schéma je vyobrazeno na obrázku 8.1.



- 1 – ekonomizér (dohřívací část)
- 2 – výparník (výparníková část)
- 3 – separátor vlhkosti (separátor páry)
- 4 – přehřívák (přehřívák páry)
- 5 – přívod napájecí vody
- 6 – odvod páry
- 7 – přívod teplosměnného média
- 8 – odvod teplosměnného média

Obr. 8.1: Schéma parního generátoru

9 Tepelný výpočet parního generátoru

K zhotovení výpočtu posloužili literatury [5, 9, 11] a tabletované hodnoty odečteny pomocí programu EES. Tepelný výkon parního generátoru dostaneme podělením tepelného výkonu jaderné elektrárny, počtem parních generátorů. Jelikož je čtyřsmýčkové uspořádání primárního okruhu, bude toto číslo 4.

- Zadané parametry parního generátoru:

Tepelný výkon jaderné elektrárny	$Q_R = 1800$ [MWt]
Tepelný výkon parního generátoru	$Q_{PG} = 450$ [MW]
Tlak v I. Okruhu	$p_I = 15,7$ [MPa]
Tlak syté páry	$p_{II} = 6,9$ [MPa]
Teplota média v I. Okruhu – na vstupu	$t_{I,1} = 330,7$ [°C]
Teplota média v I. Okruhu – na výstupu	$t_{I,2} = 298,5$ [°C]
Teplota napájecí vody	$t_{NV} = 220$ [°C]
Účinnost parního generátoru	$\eta_{PG} = 98$ [%]

- Střední teplota I. Média:

Pro výpočty přestupu tepla z primárního média stěny trubky uvažujeme jeho střední teplotu, která se získá aritmetickým průměrem vstupní a výstupní teploty v daném úseku.

$$t_{I,St} = \frac{t_{I,1} + t_{I,2}}{2} \quad [^{\circ}C] \quad (1.1)$$
$$t_{I,St} = \frac{330,7 + 298,5}{2} = 314,6 \quad [^{\circ}C]$$

- Charakteristiky primárního média při jeho střední teplotě a tlaku 15,7 MPa:

Hustota	$\rho_{I,St} = 694,7$ [kg·m ⁻³]
Měrný objem	$v_{I,St} = 0,001439$ [m ³ ·kg ⁻¹]
Dynamická viskozita	$\eta_{I,St} = 8,3 \cdot 10^{-5}$ [kg·m ⁻¹ ·s ⁻¹]
Kinematická viskozita	$\nu_{I,St} = 1,19 \cdot 10^{-7}$ [m ² ·s ⁻¹]
Prandlovo kritérium	$Pr_{I,St} = 0,9455$ [1]
Součinitel tepelné vodivosti	$\lambda_{I,St} = 0,5165$ [W·m ⁻¹ ·K ⁻¹]

- Entalpie primárního média:

$$\begin{array}{ll} \text{Entalpie primárního média – na vstupu} & i_{I,1} = 1520 \text{ [kJ} \cdot \text{kg}^{-1}] \\ \text{Entalpie primárního média – na výstupu} & i_{I,2} = 1329 \text{ [kJ} \cdot \text{kg}^{-1}] \end{array}$$

- Entalpie sekundárního média:

$$\begin{array}{ll} \text{Entalpie napájecí vody (t = 220 °C)} & i_{NV} = 943,5 \text{ [kJ} \cdot \text{kg}^{-1}] \\ \text{Entalpie syté vody} & i' = 1263 \text{ [kJ} \cdot \text{kg}^{-1}] \\ \text{Entalpie syté páry} & i'' = 2774 \text{ [kJ} \cdot \text{kg}^{-1}] \end{array}$$

9.1 Počet trubek a celková průtočná plocha primárního média

Celkovou teplosměnnou plochu parního generátoru tvoří svazek trubek o rozměru \emptyset 16 x 1,5 mm. Tudíž průtok primárního média, z něhož je odvozen počet trubek, je přímo úměrný tepelnému výkonu parního generátoru a nepřímo úměrný rozdílu vstupní a výstupní entalpie teplotonosné plochy.

- Zvolené parametry podle literatury [8] potřebné pro další výpočty, kde střední rychlost proudění primárního média se volí mezi 3,0 - 4,5 m·s⁻¹ a průměr trubky je zadán.

$$\begin{array}{ll} \text{Střední rychlost proudění primárního média} & w_{I,(t)} = 4 \text{ [m} \cdot \text{s}^{-1}] \\ \text{Vnitřní průměr trubky} & d_1 = 13 \text{ [mm]} \\ \text{Vnější průměr trubky} & d_2 = 16 \text{ [mm]} \end{array}$$

- Průtok I. Média:

$$\begin{aligned} m_I &= \frac{Q_{PG}}{(i_{I,1} - i_{I,2}) \cdot \eta_{PG}} \quad [\text{kg} \cdot \text{s}^{-1}] \\ m_I &= \frac{450000}{(1520 - 1329) \cdot 0,98} = 2404,10 \quad [\text{kg} \cdot \text{s}^{-1}] \end{aligned} \quad (1.2)$$

- Celková teoretická průtočná plocha I. Média:

$$\begin{aligned} S_{I,C(t)} &= \frac{m_I}{w_{I,(t)} \cdot \rho_{I,St}} \quad [\text{m}^2] \\ S_{I,C(t)} &= \frac{2404,10}{4 \cdot 694,7} = 0,865 \quad [\text{m}^2] \end{aligned} \quad (1.3)$$

- Průtočná plocha jedné trubky:

$$S_{tr} = \frac{\pi \cdot d_1^2}{4} \quad [m^2] \quad (1.4)$$

$$S_{tr} = \frac{\pi \cdot 0,013^2}{4} = 1,33 \cdot 10^{-4} \quad [m^2]$$

- Teoretický celkový počet trubek:

$$n_{tr(t)} = \frac{S_{1,C(t)}}{S_{tr}} \quad [1] \quad (1.5)$$

$$n_{tr(t)} = \frac{0,865}{1,33 \cdot 10^{-4}} = 6504,95 \quad [1]$$

- Skutečný celkový počet trubek:

K vůli možným budoucím zavařováním (například poškozením) a zanášením trubek se musí navýšit vypočtené množství trubek o 10 %.

$$n_{tr} = n_{tr(t)} \cdot 1,1 \quad [1] \quad (1.6)$$

$$n_{tr} = 6504,95 \cdot 1,1 = 7156 \quad [1]$$

- Skutečná celková průtočná plocha:

$$S_{1,C} = n_{tr} \cdot S_{tr} \quad [m^2] \quad (1.7)$$

$$S_{1,C} = 7155,45 \cdot 1,33 \cdot 10^{-4} = 0,952 \quad [m^2]$$

- Skutečná střední rychlost proudění I. Média při jeho střední teplotě:

$$w_I = \frac{m_1}{S_{1,C} \cdot \rho_{I,St}} \quad [m \cdot s^{-1}] \quad (1.8)$$

$$w_I = \frac{2404,10}{0,952 \cdot 694,7} = 3,64 \quad [m \cdot s^{-1}]$$

Z důvodu různých délek trubek budou v jednotlivých částech (trubkách) různé rychlosti proudící vody. Vypočtená střední rychlost je tedy aritmetickým průměrem odlišných pro celý parní generátor.

9.2 Součinitel přestupu tepla mezi vnitřní stěnou trubky a primárním médiem

Součinitel přestupu tepla je určen na základě kritériálních rovnic, které se pro tepelnou konvekci upravují do tvaru:

$$Nu = f(Pe, Re, Gr)$$

Nu	Nusseltovo kritérium
Pe	Pecletovo kritérium
Re	Reynoldsovo kritérium
Gr	Grashofovo kritérium

Z teorie podobnosti byly určeny vztahy pro výpočet jednotlivých kritérií. Tato podobnost v tepelné konvekci znamená tepelných toků a teplotních polí.

Při výpočtu Reynoldsova kritéria je třeba určit charakteristický rozměr, který je dán vnitřním průměrem trubky. Velikost tohoto kritéria nám určí, jestli se jedná o laminární proudění ($Re < 2320$) či turbulentní ($Re > 10^4$), na čemž je závislý způsob výpočtu Nusseltova kritéria.

Fyzikální charakteristiky, obsažené v jednotlivých kritériích jsou funkcí teploty. Ve výpočtech je dodržována aritmetický průměr teplot charakterizujících přestup tepla prouděním.

- Reynoldsovo číslo:

$$Re_{I,St} = \frac{w_I \cdot d_1}{\nu_{I,St}} \quad [1] \quad (1.9)$$

$$Re_{I,St} = \frac{3,64 \cdot 0,013}{1,19 \cdot 10^{-7}} = 395627,47 \quad [1]$$

Reynoldsovo číslo vychází vyšší než 10^4 , proto se jedná o turbulentní proudění.

- Teplota syté páry při tlaku 6,9 MPa:

$$\text{Odečteno: } t_H = 284,9 \quad [^{\circ}\text{C}]$$

- Teoretická střední teplota stěny trubky:

$$t_{tr,St(t)} = \frac{t_{I,St} + t_{II}}{2} \quad [^{\circ}C] \quad (1.10)$$

$$t_{tr,St(t)} = \frac{314,6 + 284,9}{2} = 299,75 \quad [^{\circ}C]$$

- Prandlovo kritérium při střední teplotě trubky:

Nusseltova kritérium bylo potřeba stanovit pro výpočet Prandlova kritéria Pr_{trSt} , které se rovná střední teplotě stěny trubky a dán je aritmetickým průměrem střední teploty primárního média a teploty sekundárního média.

Určeno z programu EES: $Pr_{trSt} = 0,9455$

- Nusseltovo kritérium:

Hodnota Reynoldsova čísla je vyšší než 10^4 , jedná se tedy o omývání podélné a použijeme proto vztahu:

$$Nu_{I,St} = 0,021 \cdot Re_{I,St}^{0,8} \cdot Pr_{I,St}^{0,43} \cdot \left(\frac{Pr_{I,St}}{Pr_{tr,St}} \right)^{0,25} \quad [1] \quad (1.11)$$

$$Nu_{I,St} = 0,021 \cdot 395627,47^{0,8} \cdot 0,946^{0,43} \cdot \left(\frac{0,9455}{0,8775} \right)^{0,25} = 627,61 \quad [1]$$

- Součinitel přestupu tepla na straně primárního média:

$$\alpha_I = Nu_{I,St} \cdot \frac{\lambda_{I,St}}{d_1} \quad [W \cdot m^{-2} \cdot K^{-1}] \quad (1.12)$$

$$\alpha_I = \frac{0,5165}{0,013} = 24935,23 \quad [W \cdot m^{-2} \cdot K^{-1}]$$

9.3 Součinitel přestupu tepla mezi vnější stěnou trubky a sekundárním médiem

- Výpočtová konstanta A:

$$A = \frac{10,45}{3,3 - 0,0113 \cdot (t_{II} - 100)} \quad [1] \quad (1.13)$$

$$A = \frac{10,45}{3,3 - 0,0113 \cdot (284,9 - 100)} = 8,632 \quad [1]$$

- Součinitel přestupu tepla na straně sekundárního média:

Výpočtem součinitele přestupu tepla mezi parovodní směsí a vnější stěnou trubky musíme znát hodnotu hustoty tepelného toku. Ta se nejprve odhadne a po následujících výpočtech je posouzena míra správnosti odhadu. Toleranční mez je dána 1 %. Jestliže není odhad přesný v daném rozmezí, iterujeme získanou hodnotu tepelného toku až do momentu, kdy se dosáhne požadovaná přesnost.

Iterační metodou je stanoven střední tepelný tok: $q_{St(t)} = 160836 \text{ W} \cdot \text{m}^{-2}$.

$$\begin{aligned} \alpha_{II} &= A \cdot q_{St(t)}^{0,7} \quad [W \cdot m^{-2} \cdot K^{-1}] \\ \alpha_{II} &= 8,632 \cdot 160836^{0,7} = 38069,72 \quad [W \cdot m^{-2} \cdot K^{-1}] \end{aligned} \quad (1.14)$$

9.4 Střední logaritmická teplota

- Teplotní rozdíl mezi vstupujícím I. Médium a II. Médium:

$$\begin{aligned} \Delta t_1 &= t_{I,1} - t_{II} \quad [^{\circ}C] \\ \Delta t_1 &= 330,7 - 284,9 = 45,8 \quad [^{\circ}C] \end{aligned} \quad (1.15)$$

- Teplotní rozdíl mezi vystupujícím I. Médium a II. Médium: Δ

$$\begin{aligned} \Delta t_2 &= t_{I,2} - t_{II} \quad [^{\circ}C] \\ \Delta t_2 &= 298,5 - 284,9 = 13,6 \quad [^{\circ}C] \end{aligned} \quad (1.16)$$

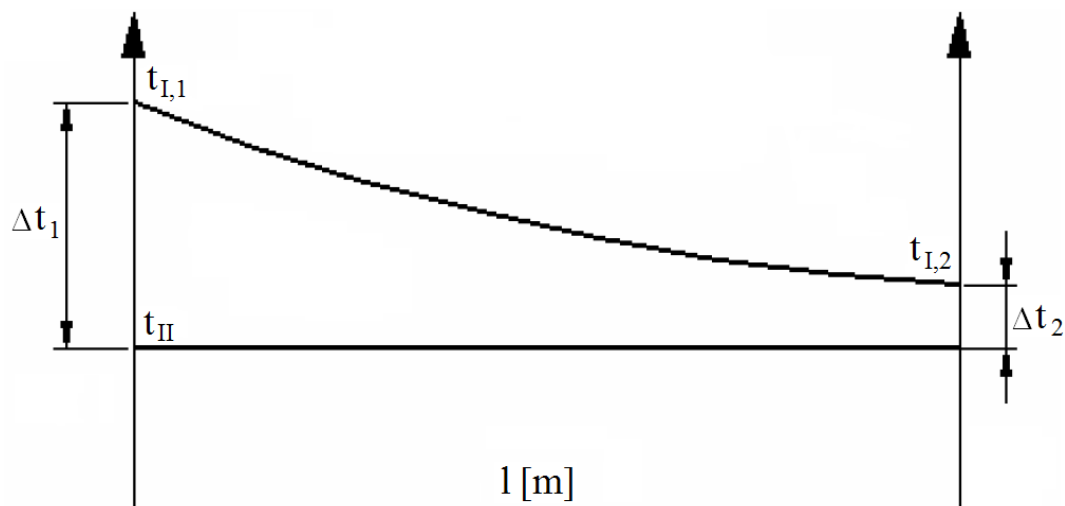
- Střední logaritmický teplotní spád:

$$\Delta t_{\ln} = \frac{\Delta t_1 - \Delta t_2}{\ln \frac{\Delta t_1}{\Delta t_2}} \quad [^{\circ}\text{C}] \quad (1.17)$$

$$\Delta t_{\ln} = \frac{45,8 - 13,6}{\ln \frac{45,8}{13,6}} = 26,45 \quad [^{\circ}\text{C}]$$

- Schéma průběhu teplot primárního a sekundárního okruhu parního generátoru:

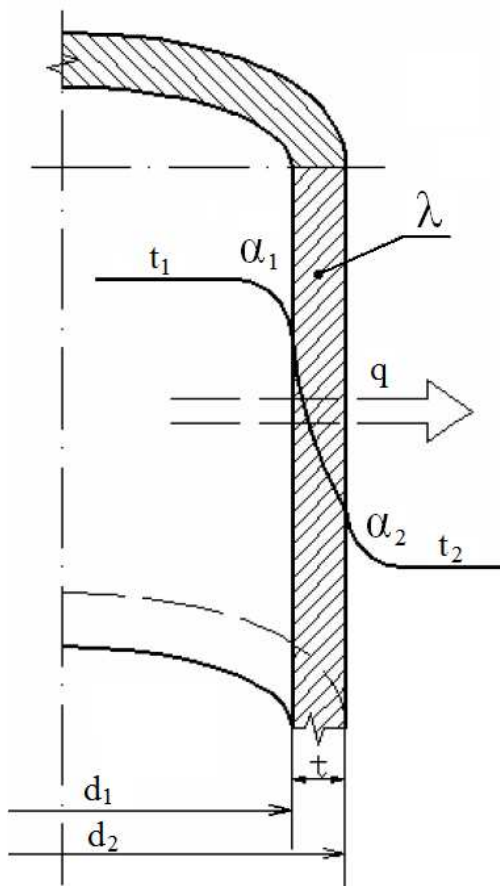
Vrchní teplotní křivka ohraničena teplotami $t_{I,1}$ a $t_{I,2}$ je průběh teplot primárního média po celé délce parního generátoru. Dolní úsečka t_{II} označuje teplotu parovodní směsi v parním generátoru.



Obr. 9.1: Průběh teplot I a II média v parním generátoru

9.5 Součinitel prostupu tepla

Pro teplosměnné korozivzdorné trubky je zvolen materiál z austenitické nikelchromé 08Ch18N10T, jejichž součinitel tepelné vodivosti je $\lambda_{tr} = 18,70 \text{ W} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$.



Prostup tepla probíhá konvekcí na vnitřní ploše trubky, kondukcí stěnou trubky s tepelnou vodivostí λ , tloušťce t a ukončuje jí konvekce na vnější ploše trubky.

Přenos tepelného výkonu je omezen tepelnou bariérou představující odpor stěny trubky (popřípadě obrácená hodnota tepelné vodivosti materiálu stěny) a tepelné odpory k ní přilehlých přechodových pásem.

Obr. 9.2: Přestup tepla válcovou stěnou

- Výsledný součinitel prostupu tepla mezi teplotonositel a parovodní směsí:

$$k = \frac{1}{\frac{1}{\alpha_1} \cdot \frac{d_2}{d_1} + \frac{d_2}{2 \cdot \lambda_{tr}} \cdot \ln \frac{d_2}{d_1} + \frac{1}{\alpha_2}} \quad [W \cdot m^{-2} \cdot K^{-1}] \quad (1.18)$$

$$k = \frac{1}{\frac{1}{24935,23} \cdot \frac{0,016}{0,013} + \frac{0,016}{2,18,7} \cdot \ln \frac{0,016}{0,013} + \frac{1}{38069,72}} = 6080,67 \quad [W \cdot m^{-2} \cdot K^{-1}]$$

- Měrný střední tepelný tok stěnou:

Následující výpočet je pouze kontrolou dříve navržené hodnoty hustoty tepelného toku, potřebnou pro určení součinitele přestupu tepla α_{II} .

$$q_{st} = k \cdot \Delta t_{ln} \quad [W \cdot m^{-2}] \quad (1.19)$$

$$q_{st} = 6080,67 \cdot 26,45 = 160833,70 \quad [W \cdot m^{-2}]$$

- Relativní chyba volené hodnoty středního tepelného toku vzhledem k vypočítané:

$$\Delta q_{\text{Rel}} = \left| \frac{\Delta q_{St(t)} - \Delta q_{St}}{\Delta q_{St}} \right| \cdot 100 \quad [\%] \quad (1.20)$$

$$\Delta q_{\text{Rel}} = \left| \frac{160836 - 160833,70}{160833,70} \right| \cdot 100 = 0,001 \quad [\%]$$

Kontrola navržené teploty stěny:

- Teplo sdělené 1m stěny trubky:

$$q_{lSt} = q_{St} \cdot d_2 \cdot \pi \quad [W \cdot m^{-1}] \quad (1.21)$$

$$q_{lSt} = 160833,70 \cdot 0,016 \cdot \pi = 8084,38 \quad [W \cdot m^{-1}]$$

- Povrchová teplota stěny trubky na straně I. média:

$$t_{trI} = t_{l,st} - \frac{q_{lSt}}{\pi} \cdot \frac{1}{\alpha_I \cdot d_1} \quad [^{\circ}C] \quad (1.22)$$

$$t_{trI} = 314,6 - \frac{8084,38}{\pi} \cdot \frac{1}{24935,23 \cdot 0,013} = 306,66 \quad [^{\circ}C]$$

- Povrchová teplota stěny trubky na straně II. média:

$$t_{trII} = t_{II} - \frac{q_{lSt}}{\pi} \cdot \frac{1}{\alpha_{II} \cdot d_2} \quad [^{\circ}C] \quad (1.23)$$

$$t_{trII} = 284,9 - \frac{8084,38}{\pi} \cdot \frac{1}{38069,72 \cdot 0,016} = 280,68 \quad [^{\circ}C]$$

- Střední teplota stěny trubky:

$$t_{trSt} = \frac{t_{trI} + t_{trII}}{2} \quad [^{\circ}C] \quad (1.24)$$

$$t_{trSt} = \frac{306,66 + 280,68}{2} = 293,67 \quad [^{\circ}C]$$

- Relativní chyba volené hodnoty střední teploty stěny trubky:

$$\Delta t_{\text{rel}} = \left| \frac{\Delta t_{trSt(t)} - \Delta t_{trSt}}{\Delta t_{trSt}} \right| \cdot 100 \quad [\%] \quad (1.25)$$

$$\Delta t_{\text{rel}} = \left| \frac{299,75 - 293,67}{293,67} \right| \cdot 100 = 2,07 \quad [\%]$$

9.6 Velikost teplosměnné plochy a střední délky trubky

Základním výpočtem měrné hustoty tepelného toku a požadovaného celkového tepelného výkonu parního generátoru, je odvozena potřebná teplosměnná plocha, ze které se stanoví celková délka trubek.

- Celková teplosměnná plocha:

$$S = \frac{Q_{PG}}{q_{St}} \quad [m^2] \quad (1.26)$$

$$S = \frac{450 \cdot 10^6}{160833,70} = 2797,92 \quad [m^2]$$

- Celková délka trubek parního generátoru:

$$L_{trC} = \frac{S}{\pi \cdot d_2} \quad [m] \quad (1.27)$$

$$L_{trC} = \frac{2797,92}{\pi \cdot 0,016} = 68508,12 \quad [m]$$

- Délka střední trubky:

$$L_{tr} = \frac{L_{trC}}{n_{tr}} \quad [m] \quad (1.28)$$

$$L_{tr} = \frac{68508,12}{7156} = 8,18 \quad [m]$$

9.7 Tepelný a parní výkon parního generátoru

- Výparné teplo:

$$lv = i'' - i' \quad [kg \cdot s^{-1}] \quad (1.29)$$

$$lv = 2774 - 1263 = 1511 \quad [kg \cdot s^{-1}]$$

- Parní výkon parního generátoru při teplotě napájecí vody $t = 220^\circ\text{C}$:

$$G = \frac{Q_{PG}}{lv + 1,01 \cdot (i' - i_{NV})} \quad [kg \cdot s^{-1}] \quad (1.30)$$

$$G = \frac{450000}{1511 + 1,01 \cdot (1263 - 943,5)} = 245,41 \quad [kg \cdot s^{-1}]$$

- Skutečný tepelný výkon:

$$Q_{PG,Sk} = G \cdot (i'' - i_{NV}) \quad [kW] \quad (1.31)$$

$$Q_{PG,Sk} = 245,41 \cdot (2774 - 943,5) = 449223,00 \quad [kW]$$

- Kontrola vypočteného skutečného tepelného výkonu vzhledem k zadanému:

$$\Delta Q_{PG,rel} = \left| \frac{Q_{PG} - Q_{PG,Sk}}{Q_{PG,Sk}} \right| \cdot 100 \quad [\%] \quad (1.32)$$

$$\Delta Q_{PG,rel} = \left| \frac{450000 - 49223,00}{49223,00} \right| \cdot 100 = 0,17 \quad [\%]$$

Odklon je dostatečně vyhovující.

10 Závěr a shrnutí dosažených výsledků

Cílem bakalářské práce bylo analyzovat horizontální parní generátor o tepelném výkonu 450 MW pro jadernou elektrárnu VVER 640 MWe. Stavba parního generátoru musí bezpochyby vyhovovat daným požadavkům, kritériím a důraz se klade na vysokou spolehlivost a bezpečnost.

Zpracování se také zaměřuje na podrobnější rozbor III+ a IV generace jaderných elektráren, jenž vysvětluje hlavní důraz na zvyšování bezpečnosti, ekonomičnosti a ochranu proti zneužití jaderných materiálů v daném oboru energetiky.

Pochopení problematiky a následků havárií jaderných elektráren z minulosti dalo nový směr především pro zvyšování bezpečnosti (například použití dvojitého betonového kontejmentu, nebo sofistikovaných řídicích systémů) a vzniku projektu GIF, nebo Mezinárodní agentury pro atomovou energii, která dohlíží a stanovuje pravidla pro mírové využití jaderné energie.

Výpočtová část vychází ze zadaných hodnot parního generátoru, který vyrábí sytou páru o teplotě 298,5 °C, tlaku 15,7 MPa a je umístěn ve čtyřsmýčkovém uspořádání primárního okruhu bloku jaderné elektrárny.

Vypočtenými hodnotami pro požadované energetické parametry generátoru je celková teplosměnná plocha 2797,92 m², která je tvořena ze 7156 trubek tvaru „U“ o střední délce 8,18 m.

Primární médium o celkovém hmotnostním toku 2404,1 kg.s⁻¹ sníží svou teplotu o 32,2 °C, přičemž střední logaritmický teplotní spád mezi ním a sytou parou je 26,45 °C. Parní výkon je tedy 245,41 kg.s⁻¹.

Bakalářská práce, zejména závěrečné výpočty, jsou využitelné jako podklad ke konstrukci horizontálního parního generátoru generace III+ pro jaderné elektrárny VVER 640.

11 Seznam použité literatury

- [1] *A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems*. U.S. DOE a GIF, prosinec 2002 (anglicky)
- [2] Blažková I.: *Jaderné elektrárny, jejich perspektivy a nové koncepce*. 2003
- [3] *Budování kultury bezpečnosti při jaderných činnostech*. MAAE, Vídeň 1998
- [4] Černoch, S.: *Strojně technická příručka*, SNTL Praha 1968
- [5] Černý, V., Janeba, B., Karták, J., Jirouš, F., Marvan, B.: *Základy konstruování kotlů a parogenerátorů jaderných elektráren*, ČVUT Praha, 1974
- [6] Dubšek, F.: *Jaderná energetika*, VUT Brno, 1994
- [7] *Encyklopedie Energetiky – Energie pro každého*. ČEZ, a. s., 2004
- [8] Hejzar, R.: *Stroje a zařízení jaderných elektráren*, Díl. 1 a 2, ČVUT Praha 2005
- [9] Janeba, B., Karták, J.: *Tepelné výpočty kotlů a parních generátorů*, ČVUT Praha, 1982
- [10] Janeba, B.: *Kotelní agregáty a parogenerátory*, ČVUT Praha 1975
- [11] Kadlec, Z.: *Sdílení tepla*, SPBI, 2006
- [12] Kobylka D., Matějka K.: *Budoucnost jaderné energetiky*. FJFI ČVUT Praha
- [13] Kostka T.: *Havárie v jaderné elektrárně Černobyl*.
- [14] Raček J.: *Jaderné elektrárny*. VUT Brno 2002
- [15] Rédr, M., Příhoda, M.: *Základy tepelné techniky*. Praha. SNTL, 1991
- [16] Reynolds B. A.: *The Return of Nuclear Power: Nuclear Energy is About to Make a Big Comeback. Just in Time*. Omni 1993
- [17] Sadik Kakac. *Boilers, evaporators, condensers*. John Wiley. USA.
- [18] Sviták F.: *Jaderná energetika a trvale udržitelný rozvoj*. ÚJV Řež, a. s.
- [19] *The future of nuclear energy*. Europhysics News 32/5 (2001) 185. New York, 1991
- [20] Vesecký R.: *JE s reaktory III. a IV. generace*. Praha 2005
- [21] Zeman J. a kol.: *Vývoj požadavků na bezpečnost nových jaderných reaktorů*. FJFI ČVUT Praha
- [22] <<http://gif.inel.gov/>> *Generation IV International Forum* (anglicky)
- [23] <<http://www.areva.com/>> AREVA (anglicky)
- [24] <<http://www.bnfl.com/>>
- [25] <<http://www.cez.cz/>> ČEZ, a.s. (česky)
- [26] <<http://www.csvts.cz/cns/>> *Česká nukleární společnost* (česky)
- [27] <<http://www.euronuclear.org/>> *The European Nuclear Society* (anglicky)

- [28] <<http://www.framatome.com/>> *Framatome* (anglicky)
- [29] <<http://www.gen-4.org/>> *GEN IV International forum* (anglicky)
- [30] <<http://www.ge-energy.com/>> *GE Energy* (anglicky)
- [31] <<http://www.iaea.org/>> *International Atomic Energy Agency* (anglicky)
- [32] <<http://www.jaderna-energie.cz/>> *Výroba jaderné energie* (česky)
- [33] <<http://www.nei.org/>> *Nuclear Energy Institute* (anglicky)
- [34] <<http://www.ne.doe.gov/>> *Office of Nuclear Energy, Science & Technology* (anglicky)
- [35] <<http://www.nrc.gov/>> *U. S. Nuclear Regulatory Commission* (anglicky)
- [36] <<http://www.sujb.cz/>> *Státní úřad pro jadernou bezpečnost* (česky)
- [37] <<http://www.worldenergy.org/>> *World Energy Council* (anglicky)
- [38] <<http://www.westinghousenuclear.com/>> *Westinghouse* (anglicky)
- [39] <<http://www.wikipedia.org/>> *Wikipedia* (česky)
- [40] <<http://www.worldenergy.org/wec-geis/>> *World Energy Council* (anglicky)
- [41] <<http://www.world-nuclear.org/>> *World Nuclear Association* (anglicky)
- [42] <http://www.world-nuclear-university.org/html/atmos_for_peace/index.htm> *Atom for Peace* (anglicky)

12 Seznam příloh

Příloha č. 1: Schéma jaderné elektrárny VVER 640.

Příloha č. 2: Tepelné schéma jaderné elektrárny VVER 640.

Příloha č. 3: Celková 3D koncepce jaderné elektrárny VVER 640.

Příloha č. 4: Havarijní dochlazovací systém jaderné elektrárny VVER 640.

Příloha č. 5: Koncepční řešení reaktoru a parního generátoru VVER 1200.

PODĚKOVÁNÍ

Touto cestou bych chtěl poděkovat prof. Ing. Pavlu Kolatovi, DrSc za odborné rady a cenné připomínky, kterými přispěl k vypracování této bakalářské práce.

Poděkování patří také mým rodičům za obětavost a podporu během studia.